

Тарасов А.Д., Смирных Н.В., Ошканов Н.Н.

ПЕРЕРАБОТАННОЕ ТОПЛИВО В ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ

Аннотация. Целью исследования является установление условий использования переработанного топлива для самообеспечения топливом атомной энергетики. Актуальность определяется нарастающим объемом хранения отработавшего топлива (ОЯТ), что ведет к неконкурентоспособности АЭС. Методика исследования основана на сопоставлении ядерно-физического баланса выгоревшего и наработанного количества делящихся элементов в реакторах и на этой основе установлении оптимальной модели использования топлива в ядерной энергетической системе. Анализ ресурсов природного урана показал, что их хватит только на 80 лет работы АЭС. Использование в тепловых реакторах (ТР) рециклированного (переработанного) ОЯТ увеличивает этот срок, но в настоящее время не является целесообразным в связи с ограничениями по условиям ядерной безопасности однократной переработкой ОЯТ и ограниченной загрузкой переработанного топлива в ТР. Обоснован вывод о необходимости изменения стратегии замкнутого ядерного цикла, предусматривающую взаимное обеспечение делящимися материалами между БР и ТР. Разработана схема измененной стратегии совместной работы БР и ТР без использования ОЯТ БР в ТР из-за проблем ядерной безопасности ТР и выведена формула для определения мощности ТР для осуществления первичных загрузок топливом БР из делящихся материалов ОЯТ ТР. Эта схема асимптотически приводит к самообеспечению БР топливом и решает проблему управления обращением отработавшим топливом.

Ключевые слова: переработанное топливо, ресурсы урана, самообеспечение топливом, стратегия замкнутого топливного цикла, ядерная безопасность.

Abstract. The aim of the study is to establish the conditions for using of reprocessed fuel for self-sustaining in nuclear energy. Importance is determined by an accumulation of spent nuclear fuel (SNF) storage, which leads to the non-competitiveness of nuclear power plants and environmental hazards. The research methodology is based on a comparison of the nuclear-physical balance of the burned-out fissile elements in reactors and accumulated fissile elements in SNF and on this basis the establishment of an optimal model for the use of fuel in a nuclear power system. An analysis of natural uranium resource has shown that it will be enough only for 80 years of operation of nuclear power. The use of recycled (reprocessed) SNF in thermal reactors (TR) could increase this period, but at present it is not advisable due to restrictions on nuclear safety conditions by a single reprocessing of SNF and limited load of TRs. The conclusion about the need to change the closed nuclear cycle strategy, providing for the mutual provision of fissile materials between BRs and TRs, is substantiated. The scheme of the modified strategy for the joint work of BRs and TRs without using the SNF of the BRs in TRs is developed and a formula is derived for determining the power of TRs for the initial loading of a BR fuel from fissile materials of SNF of TRs. This scheme asymptotically leads to the BR self-sustaining with fuel and solves the problem of the SNF management.

Keywords: closed fuel cycle strategy, fuel self-sufficiency, nuclear safety, reprocessed fuel, uranium resources.

Введение

Жизненный цикл любой электростанции, работающей на невозобновляемом источнике топлива, напрямую зависит от его ресурса. Атомная энергетика не является исключением, поскольку мировые ресурсы природного урана имеют ограниченную величину $6,1 \times 10^6$ т [1]

Проведем оценку срока исчерпания ресурса природного урана для АЭС. По данным МАГАТЭ в мире по состоянию на 31.12.2018 эксплуатируется 448 энергоблоков АЭС с суммарной мощностью 396 ГВт.эл [без энергоблоков с быстрыми реакторами (БР)] [2]. Средневзвешенная потребность природного урана составляет примерно 190 т / ГВт.год [1], [3], т.е. для мировой атомной энергетике требуется 75240 т / год природного урана. При такой потребности ресурсов природного урана хватит примерно на 80 лет, что вряд ли можно считать устойчивым состоянием атомной энергетике.

Рассмотрим примерное выгорание уранового топлива в тепловом реакторе (ТР) (Рисунок 1). Оно содержит 4 % урана-235 и 96 % урана-238 [4]. Как видно из Рисунка 1, в течение топливной кампании разделится с образованием продуктов деления (ПД) 3 из 4 % урана-235 и 2 из 3 % плутония, который образовался в результате трансмутации урана-238.

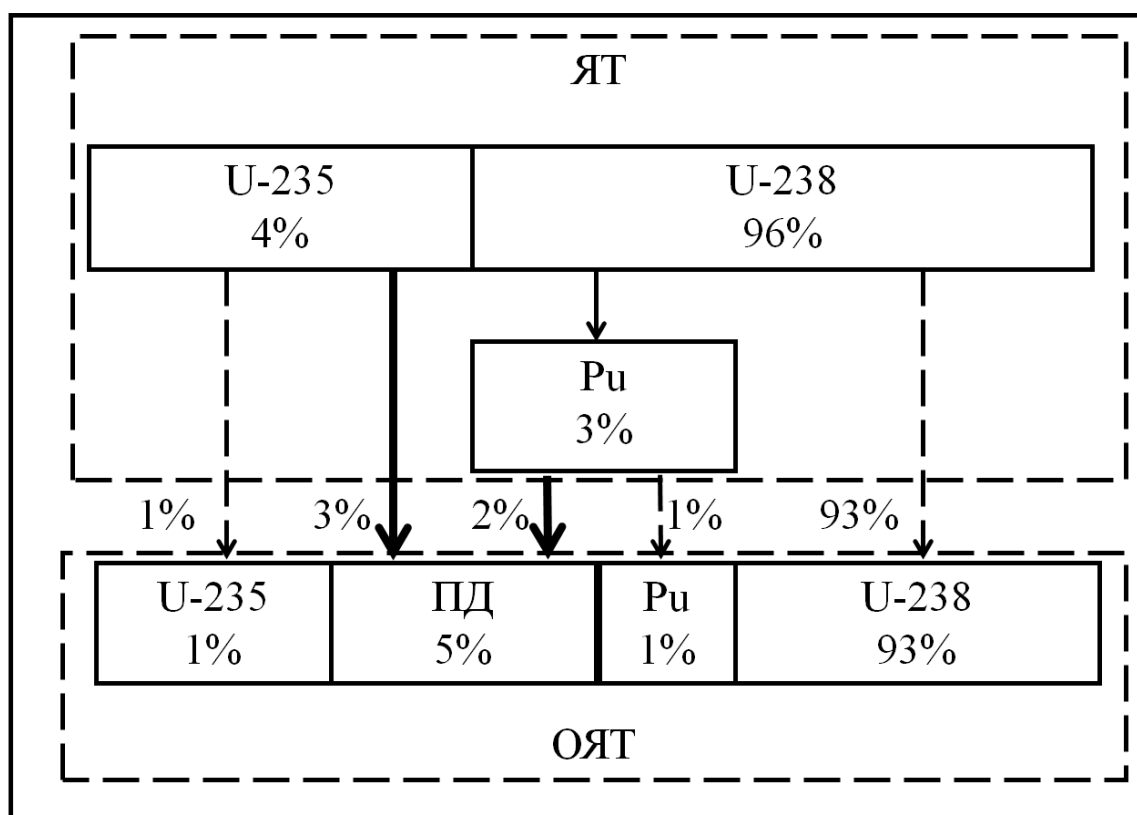


Рисунок 1 – Выгорание уранового топлива в ТР.

Таким образом, в реакторе разделится 5 % тяжелых ядер. В отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) ТР выгружается 2 % делящихся материалов (30 % от делящихся материалов в реакторе), 93 % практически неделящегося в тепловом спектре урана-238 и 5 % ПД.

В [5] показано, что максимальное использование ресурса ядерного топливного сырья равно $M = N(1 + C + C^2 + C^3 + \dots)$ (деление материала с концентрацией N , трансмутация воспроизводящего материала и деление трансмутированного материала), где C – коэффициент конверсии. При $C < 1$ приведенный выше ряд сходится и максимальное использование составляет

$$M = \frac{N}{1 - C}$$

Заметим, что полное использование достигается при $C = (1 - N)$. Природный уран содержит делящийся уран-235 в количестве 0,7204 % [6]), поэтому полное использование ресурса природного урана достигается при $C = 0,993$, который не может быть достигнут в ТР. В ТР при использовании уранового топлива $C \approx 0,6$ [7], поэтому максимальное использование ресурса природного урана с помощью ТР, не превышает $M_U = 1,8$ % (остальная часть «оседает» в ОЯТ). В примере Рисунка 1 показано, что при отсутствии переработки ОЯТ ТР используется только 5 % природного урана и, что важно, 93 % вкупе с 2 % делящихся материалов исключается из топливного цикла. Тем самым, максимальное использование природного урана в ТР снижается с 1,8 % до 0,1 %.

Многократное извлечение из ОЯТ ТР невыгоревших урана и плутония позволяет достичь использование природного урана в ТР предела 1,8 %. Однако, по условиям ядерной безопасности переработанное топливо (ПТ) можно загружать в ТР не более 30% объема активной зоны и нельзя использовать повторно переработанное топливо [8]. Увеличение загрузки ПТ до 50 % требует модернизации ТР, а для 100%-загрузки необходима новая конструкция ТР [9].

Целью настоящего исследования является установление условий использования переработанного топлива для самообеспечения топливом атомной энергетики.

Актуальность исследования определяется тем, что наряду с отложенной проблемой ресурса урана в отсутствие переработки возникла проблема накопления ОЯТ ТР, что становится обременительным и может привести к неконкурентоспособности атомной энергетики [10] и экологической опасности хранения ОЯТ, имеющего радиоактивность со сроком жизни несколько сот лет из-за содержащегося в нем плутония.

Методика исследования

Методика исследования основана на сопоставлении ядерно-физического баланса выгоревшего и наработанного количества делящихся элементов в реакторах и на этой основе установлении оптимальной модели использования топлива в ядерной энергетической системе.

Переработанное топливо с привлечением быстрых реакторов

Вспомним, что необходимость решения проблемы ресурса урана с помощью быстрых реакторов отмечалась задолго до сооружения первых АЭС. Еще в 1945 г. в США была разработана концепция БР, который нарабатывает делящиеся материалы выше собственного потребления путем трансмутации неделящегося в ТР урана-238 [7]. Наиболее эффективно это осуществляется при использовании плутониевого топлива. Плутоний отсутствует в природе, но образуется в любом реакторе, в топливе которого применяется уран-238 в качестве разбавителя делящихся материалов. Первоначальная загрузка БР плутониевым топливом, вследствие большей критической массы БР, возможна только на основе его извлечения из ОЯТ ТР, т.к. использование его из стратегических запасов является гипотетическим.

Однако, реализация указанной концепции до настоящего времени не осуществляется из-за медленного развития атомной энергетики и, как следствие, низких темпов потребления урана. В условиях отсутствия переработки ОЯТ ТР это привело к его постоянному накоплению, что создает проблему с его хранением. Ее можно решить с помощью БР, для первичной загрузки которого требуется большое количество плутония. Это возможно обеспечить за счет переработки ОЯТ ТР, решая тем самым обе проблемы – снижение объема ОЯТ ТР и работу реакторов на отсутствующем в природе плутонии.

БР обладают следующими преимуществами:

- нечувствительность к изотопному составу плутониевого топлива вследствие отсутствия резонансов нейтронных сечений в быстром спектре энергий (в ТР высокий пик сечения поглощения плутония-240 приводит к проблеме ядерной безопасности)
- полная загрузка переработанным топливом (для ТР только 30%)
- высокое выгорание топлива ($> 10\%$ тяжелых атомов против $< 5\%$ в ТР)
- наработка плутония выше собственного потребления, т.е. возможность самообеспечения топливом.

Рассмотрим отмеченные ранее основные варианты применения БР, снижающие зависимость атомной энергетики от урана:

- прекращение сооружения ТР и ввод замещающих их БР с набором мощности до необходимой величины к моменту окончания ресурса ТР [11]
- двухкомпонентная атомная энергетика с совместной работой БР и ТР, при которой урановое топливо в ТР по мере истощения ресурса урана заменяется на плутониевое, делящиеся элементы которого производятся в БР сверх своего потребления [12].

Первый вариант отпадает, т.к. при существующем темпе истощения ресурса ТР отсутствует резерв времени для создания инфраструктуры БР (переработка ОЯТ, изготовление топлива).

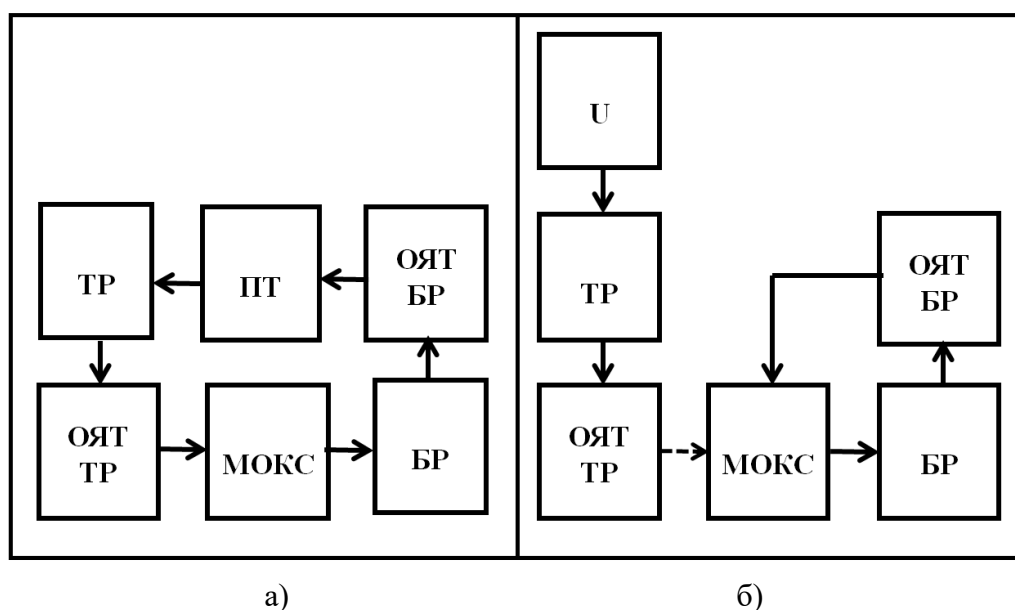


Рисунок 2 – Схема самообеспечения атомной энергетики в замкнутом цикле
а) существующая стратегия, б) предлагаемая стратегия (БР – быстрый реактор, МОКС – производство переработанного топлива БР, ОЯТ БР – переработка ОЯТ БР, ОЯТ ТР – переработка ОЯТ ТР, U – урановое топливо ТР, ПТ – производство переработанного топлива ТР, ТР – тепловой реактор).

Казалось бы, что второй вариант предпочтительнее, т.к. позволяет наращивать общую мощность системы за счет ввода БР и имеет резерв времени для создания инфраструктуры БР. Как видно из Рисунка 2а, в существующей стратегии замкнутого топливного цикла МОКС топливо БР изготавливается из ОЯТ ТР, а ОЯТ БР поступает на изготовление переработанного топлива (ПТ) для ТР. ОЯТ ТР поступает на изготовление МОКС-топлива БР.

Рассмотрим возможность использования ПТ в атомной энергетике. Как отмечалось выше, БР нечувствительны к изотопному составу энергетического

плутония, источником которого является ОЯТ ТР. В БР нет существенных изменений состава плутония, потому что в отличие от ТР, в БР все изотопы плутония делятся и не имеют резонансов в сечениях деления и поглощения. Например, согласно проекту индийского быстрого реактора PFBR [14], изотопный состав изменяется в результате ежегодной эксплуатации реактора (в последовательности Pu-238-239-240-241-242) от [0,2-65,2-28-4,1-2,4]% до [0,2-55,5-29,4-4,3-2,5]%. То есть ОЯТ БР имеет состав энергетического плутония. Следует обратить внимание на сохранение плутония-240 в БР (даже относительное увеличение на 5%). При переработке ОЯТ он неотделим от плутония-239, т.е. при использовании ПТ в ТР, содержание плутония-240 увеличится примерно в 2 раза, что нарушает условия ядерной безопасности.

Таким образом, вариант замкнутого топливного цикла ЯЭС с взаимообменом ОЯТ между БР и ТР следует считать несостоятельным. Данный вывод является неожиданным и требует изменения стратегии взаимного обеспечения топливом БР и ТР, приведенной в [14].

Нами разработана схема реализации совместной работы БР и ТР (Рисунок 2б), отличающаяся от существующей стратегией работой ТР на урановом топливе в режиме выработки энергии и наработки ОЯТ ТР как источника изготовления топлива для первичной загрузки БР после их сооружения.

Как показано на Рисунке 2б, для предлагаемой стратегии топливо U для ТР изготавливается из природного урана и поступает в ТР. После его использования ОЯТ ТР поступает на изготовление МОКС-топлива для первичной загрузки БР. В последующем БР будут сами себя обеспечивать делящимися материалами по следующей схеме: после переработки ОЯТ БР изготавливается МОКС топливо для БР; после его использования ОЯТ БР поступает на изготовление нового МОКС топлива для БР и т.д. При наработке ОЯТ БР сверх самообеспечения топливом БР, оно направляется на первичную загрузку сооружаемых БР.

Определим мощность ТР, обеспечивающих БР загрузку топливом.

Мощность тепловых реакторов, обеспечивающая загрузку топливом быстрых реакторов

Обычно необходимость ввода БР рассматривается, исходя из ресурсов природного урана, и не затрагивает ядерно-физические связи в ЯЭС [11], [12]. В данной работе проводится оценка возможности обеспечения первичной загрузки топливом БР на основе ядерно-физических характеристик отработавшего топлива.

Для этого определим скорости расхода и наработки делящихся материалов в реакторе. Скорость расхода делящихся материалов определяется

скоростью деления тяжелых ядер в реакторе, т.е. количеством делений ядер за время t (с). Оно равно

$$\frac{E}{\varepsilon t} = \frac{P}{\varepsilon},$$

где E – полная тепловая энергия, образующаяся при делении ядер (Дж); ε – энергия деления одного ядра (Дж); P – тепловая мощность реактора (Вт).

Соответственно, скорость расхода массы делящихся нуклидов (г/с) с учетом поглощения нейтронов топливом без его деления равна

$$\Delta M_- = \left(\frac{P}{\varepsilon}\right) \left(\frac{A}{N_A}\right) (1 + \alpha),$$

где A – атомная масса делящихся нуклидов; N_A – постоянная Авогадро (моль⁻¹); α – отношение нейтронных сечений поглощения σ_s и деления σ_f в данном топливе.

Одновременно с делением ядер в реакторе происходит наработка делящегося плутония-239 за счет трансмутации урана-238, скорость образования массы (г/с) которого равна

$$\Delta M_+ = C \Delta M_- = C \left(\frac{P}{\varepsilon}\right) \left(\frac{A}{N_A}\right) (1 + \alpha),$$

где C – коэффициент конверсии.

Таким образом, необходимая масса (г) ОЯТ ТР для первичной загрузки БР плутонием равна

$$M_{БР} = CK \left(\frac{P}{\varepsilon}\right) \left(\frac{A}{N_A}\right) (1 + \alpha) T$$

где K – коэффициент, учитывающий долю выхода в ОЯТ трансмутированного плутония, T – время наработки ОЯТ ТР (с), необходимое для изготовления МОКС-топлива для первичной загрузки БР. Соответственно, тепловая мощность ТР, необходимая для наработки ОЯТ, из которого будет изготавливаться топливо, равна

$$P_{ТР} = \frac{M_{БР} \varepsilon N_A}{CKA(1 + \alpha) T}$$

Численный эксперимент

Проведем численный эксперимент по определению скорости наработки массы плутония, обеспечивающей изготовление первичной загрузки БР плутониевым топливом на примере проекта Индийского быстрого реактора *PFBR*. Для этого реактора первичная загрузка требует величину энергетического плутония в ОЯТ ТР массой $M_{БР} = 3034$ кг [14].

Как видно из Рисунка 1, доля выхода в ОЯТ ТР плутония составляет треть от трансмутированной массы (1 из 3 %), т.е. $K = 0,33$.

Изотопный состав плутония в ОЯТ ТР составляет [4]:

53 % Pu-239 + 25 % Pu-240 + 15 % Pu-241 + 5 % Pu-242 + 2 % Pu-238.

Сечения деления и поглощения изотопов определим в соответствии с библиотекой оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1 [6]. Соответственно, сечения поглощения и деления изотопов плутония ОЯТ ТР в тепловом спектре нейтронов составляют $\sigma_c^{39} = 309,3$ барн и $\sigma_f^{39} = 787,7$ барн; $\sigma_c^{40} = 295,4$ барн и $\sigma_f^{40} = 6,558_{-2}$ барн; $\sigma_c^{41} = 373,4$ барн и $\sigma_f^{41} = 1059$ барн; $\sigma_c^{42} = 21,43$ барн и $\sigma_f^{42} = 1,378_{-2}$ барн; $\sigma_c^{38} = 386,9$ барн и $\sigma_f^{38} = 16,67$ барн (индексы указывают на сокращенные атомные веса изотопов).

Суммарные сечения поглощения и деления плутония в ОЯТ ТР в соответствии с правилами суммирования сечений изотопов равны $\sigma_c^{Pu} = 322,1$ барн и $\sigma_f^{Pu} = 576,8$ барн. Соответственно, отношение сечений поглощения и деления ОЯТ ТР равно $\alpha = 0,558$.

Масса первичной загрузки плутонием реактора *PFBR* составляет 3034 кг. Примем $T = 1$ год. Тогда в соответствии с (1) суммарная тепловая мощность ТР для наработки первичной загрузки плутонием БР равна $P_{ТР} = 24,4$ ГВт.тепл. Т.к. ТР имеют в среднем КПД = 0,33 и коэффициент использования установленной мощности 0,8, то электрическая мощность энергоблоков с ТР составляет $P_{ТР}^{эл} = 10$ ГВт.эл.

Формула (1) может быть представлена в упрощенной форме для быстрой оценки возможной скорости ввода в эксплуатацию БР в соответствии с доступной мощностью ТР. Для этого в (1) подставляются определенные выше значения ядерно-физических характеристик, после чего:

$$M_{БР}/T(\text{кг/год}) \approx 0,3P_{ТР}^{эл}(\text{МВт.эл.})$$

Используем (2) для оценки возможности производства ОЯТ в странах, которые имеют инфраструктуру для переработки ОЯТ. Согласно [2], электрическая мощность блоков с ТР в этих странах составляет: Великобритания 8,9 ГВт, Россия 27 ГВт, Франция 63 ГВт, США 99 ГВт. Энергетический плутоний, накопленный в течение года в этих странах, составит 2,6 т, 8 т, 19 т, 30 т соответственно.

Результаты и обсуждение

При выполнении исследования были получены следующие основные результаты:

1) Оценка имеющихся ресурсов природного урана и их однократное потребление реакторами показала, что истощение его ресурса можно прогнозировать через 80 лет. Это вряд ли это можно считать устойчивым состоянием ядерной энергетики. Многократное использование переработанного топлива теоретически может поднять степень использования урана в ТР. Однако, по условиям ядерной безопасности использование этого топлива ограничено однократной переработкой ОЯТ и 30%-загрузкой переработанного топлива от полного объема активной зоны ТР. Такое ограничение вызвано неудовлетворительными нейтронно-физическими характеристиками плутония-240, содержащегося в переработанном топливе ТР. Повышение кратности переработки ОЯТ и величины загрузки переработанного топлива требуют модернизации или изменения конструкции ТР.

2) Был получен неожиданный результат, что замкнутый ядерный топливный цикл возможен только для быстрых реакторов, поскольку многократная циркуляция делящихся материалов в замкнутом цикле приводит к недопустимому накоплению плутония-240 в тепловых реакторах. Это делает невозможным использование переработанного топлива из ОЯТ быстрых реакторов в тепловых реакторах по условиям ядерной безопасности. Поэтому необходимо изменить существующую стратегию самообеспечения топливом атомной энергетики.

3) Предложена схема совместной работы быстрых и тепловых реакторов, в которой осуществляется самообеспечение быстрых реакторов переработанным топливом. В этой схеме тепловые реакторы сохраняют свою работу на урановом топливе, а быстрые реакторы работают на топливе из отработавшего топлива тепловых реакторов и собственного переработанного топлива.

4) Выведена формула для расчета мощности тепловых реакторов, обеспечивающая изготовление первичной загрузки БР исходя из темпа их сооружения. Выведена формула для расчета требуемой мощности тепловых реакторов, из отработавшего топлива которых производится первичная загрузка новых быстрых реакторов. Результаты численного эксперимента подтверждают достаточность парка тепловых реакторов для первичной загрузки новых быстрых реакторов в странах с инфраструктурой переработки отработавшего топлива.

Заключение

Проведенная оценка располагаемых ресурсов природного урана показала, что они закончатся к концу 21 столетия. Исследование стратегии замкнутого

топливного цикла показало, что повторное производство переработанного топлива нарушит ядерную безопасность тепловых реакторов. Поэтому использование переработанного топлива в тепловых реакторах невозможно.

В данной работе предложена и обоснована схема совместной работы тепловых и быстрых реакторов с первичной загрузкой последних переработанным топливом из отработавшего топлива тепловых реакторов. В этой схеме тепловые реакторы поддерживают свою работу на урановом топливе, в то время как быстрые реакторы работают на переработанном топливе из отработавшего топлива тепловых реакторов и на своем собственном переработанном топливе. Тем самым решаются проблемы обращения с отработавшим топливом и самообеспечения топливом атомной энергетики. Мощности быстрых реакторов и их инфраструктура асимптотически увеличиваются до уровня самообеспечения топливом и обеспечивают первичную загрузку новых быстрых реакторов. После исчерпания ресурса урана или реакторов работа атомных электростанций с тепловыми реакторами может быть остановлена.

Чтобы определить возможную скорость ввода в эксплуатацию быстрых реакторов, выведено уравнение ядерно-физического баланса, которое связывает скорость ввода в эксплуатацию быстрых реакторов с доступной мощностью тепловых реакторов. Показано, что во всех странах с инфраструктурой переработки топлива возможно строительство быстрых реакторов.

Библиографический список.

1. Supply of Uranium // WNA : site. – 2019. – URL: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.aspx> (accessed: 13.05.2020).
2. Nuclear Power Reactors in the World. 2019 Edition. – Vienna : IAEA, 2019. – 80 p.
3. Кесслер Г. Ядерные реакторы : пер. с англ. / Г. Кесслер. – Москва : Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
4. Plutonium // WNA : site. – 2018. – URL: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/plutonium.aspx> (accessed: 13.05.2020).
5. Ошканов Н. Н. Физические и технологические особенности ядерных реакторов на быстрых нейтронах / Н. Н. Ошканов. – Екатеринбург : Урал. ун-т, 2016. – 108 с.
6. Справочник по свойствам материалов для перспективных реакторных технологий / под ред. В. М. Поплавского. – Москва : ИздАТ, 2014. – 368 с.
7. Справочник по ядерной энерготехнологии / Ф. Ран, А. Адамантиадис, Дж. Кентон, Ч. Браун ; пер. с англ. под ред. В. Ф. Легасова. – Москва : Энергоатомиздат, 1989. – 752 с.
8. Zaetta A. Why Fast Neutron Reactors? / A. Zaetta ; Ed. J. Guidez. – Sacle : CEA/Den, 2016. – 222 p.

9. Mixed Oxide (MOX) Fuel // WNA : site. – 2017. – URL: <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/fuel-recycling/mixed-oxide-fuel-MOX.aspx> (accessed: 13.05.2020).
10. Пономарев-Степной Н. Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР / Н. Н. Пономарев-Степной // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, № 4. – С. 183–190.
11. Oshkanov N. N. Evaluation of Input Start Time of Fast Reactors / N. N. Oshkanov, V. V. Maltsev // ISJAEE. – 2012. – Is. 4. – P. 60–61.
12. Oshkanov N. N. About two-component Atomic Energy / N. N. Oshkanov, V. V. Maltsev // ISJAEE. – 2012. – Is. 4. – P. 62–63.
13. Spinrad B. I. Self-Sustaining Systems of Reactors / B. I. Spinrad ; Ed. G. S. Bauer, A. McDonald. – Berlin : Springer, 1983. – 332 p.
14. Бекман И. Н. Плутоний / И. Н. Бекман. – Москва : Изд-во МГУ, 2010. – 166 с.